

MODELO SIMPLIFICADO 3D DE LA VASIJA DE UN REACTOR PWR MEDIANTE EL CÓDIGO DE DINÁMICA DE FLUIDOS COMPUTACIONAL ANSYS CFX

M. Martínez*, R. Miró, T. Barrachina, G. Verdú

*Instituto de Seguridad Industrial, Radiofísica y Medioambiental (ISIRYM)

Universitat Politècnica de Valencia

C/ Camino de Vera s/n, 46022 Valencia, Spain

momarlia@iqn.upv.es; rmiro@iqn.upv.es; tbarrachina@iqn.upv.es; gverdu@iqn.upv.es

S. Chiva

Departamento de Ingeniería Mecánica y Construcción

Universitat Jaume I

Av. de Vicent Sos Baynat s/n, 12071 Castelló de la Plana, Spain

schiva@emc.uji.es

RESUMEN

El uso de los códigos de Dinámica de Fluidos Computacional (CFD) para predecir el flujo estacionario y transitorio en los reactores nucleares está creciendo rápidamente en las últimas décadas y constituye la tendencia actual en el estudio e investigación de algunos de los fenómenos que se producen en estos reactores nucleares. En este trabajo se presenta el modelo de un reactor nuclear tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*) desarrollado con el código de CFD Ansys CFX. El reactor nuclear PWR es un reactor nuclear de agua ligera de 3010 MW de potencia compuesto por 3 lazos de refrigeración. Para el desarrollo del modelo se han realizado simplificaciones geométricas de los elementos del reactor, especialmente en el núcleo, que se ha considerado como un medio poroso. Además se han seguido los criterios recomendados en la guía de mejores prácticas (*BPG, Best Practice Guidelines*) para el uso de los códigos de CFD en Aplicaciones para la Seguridad del Reactor Nuclear (NRS) de Agencia de Energía Nuclear (NEA). En el trabajo se presentan los resultados del cálculo del estado estacionario obtenidos de la simulación con el modelo de CFD operando bajo condiciones de operación a plena potencia (*Hot Full Power*). El desarrollo y los resultados obtenidos con el modelo de CFD muestran la utilidad de estos códigos para el cálculo en 3D de las variables termohidráulicas de estos reactores.

Palabras clave: Termohidráulica, códigos CFD, reactor PWR

1. INTRODUCCIÓN

Los códigos de sistemas termohidráulicos (como por ejemplo, RELAP5 TRACE and TRAC-BF1) han dominado el modelado para el análisis de la Seguridad del Reactor Nuclear (NRS). Sin embargo, en la última década se aprecia un incremento considerable en el uso de códigos 3D de Dinámica de Fluidos Computacional (CFD) para predecir los flujos estacionarios y transitorios de los reactores nucleares para fenómenos tan importantes como el estrés térmico presurizado o la mezcla de refrigerante [1].

En este trabajo se presenta el modelo de un reactor nuclear tipo PWR (*Pressurized Water Reactor*) desarrollado con el código de CFD Ansys CFX [2]. El reactor PWR es un reactor nuclear de agua ligera de 3010 MW de potencia compuesto por 3 lazos de refrigeración con las siguientes condiciones de operación: caudal másico de entrada de las ramas frías de 5203 kg/s por lazo, 15.8 MPa de presión y 569 K de temperatura.

La selección adecuada de los modelos físicos y matemáticos juega un papel fundamental en la consecución de un buen modelo. Por ello, en el desarrollo del modelo se han seguido los criterios recomendados en la guía de mejores prácticas (*BPG, Best Practice Guidelines*) para el uso de los códigos de CFD [3] en Aplicaciones para la Seguridad del Reactor Nuclear (NRS) de Agencia de Energía Nuclear (*NEA*). Estos criterios se han aplicado para la selección de la malla, el paso de tiempo, los modelos de turbulencia, las condiciones de contorno, los esquemas numéricos y el criterio de convergencia.

En el trabajo se presentan los resultados del cálculo del estado estacionario obtenidos de la simulación con el modelo de CFD bajo condiciones de operación a plena potencia (*Hot Full Power*). A continuación se expone de forma detallada el desarrollo del modelo y los resultados de la distribución de temperatura del fluido de refrigeración.

2. MODELO DESARROLLADO CON EL CÓDIGO CFD

2.1. Diseño geométrico y de la malla

El reactor PWR consiste en una vasija de 10.3 m de altura y 4.87 m de diámetro. La vasija del reactor es el componente central del circuito primario donde se aloja el núcleo del reactor y se transfiere su energía al refrigerante principal. Desde la vasija del reactor parten en sentido radial los tres lazos de refrigeración principal con un ángulo de 114° entre los lazos. Las toberas de entrada y salida de cada lazo están practicadas a la misma altura de la vasija y forman entre sí un ángulo de 36°. En el interior de la vasija se alojan los internos que soportan y dan estructura a los elementos combustibles del núcleo, a las barras de control y a la instrumentación. El diseño de los internos establece los caminos y mezclas del refrigerante del reactor.

El núcleo del reactor se aloja entre la rejilla inferior y la placa superior del núcleo. Está compuesto por 177 elementos combustibles de 16x16.

La simulación termohidráulica con el código de CFD comprende la vasija del reactor, el separador y el núcleo del reactor.

En este trabajo se ha simplificado el detalle geométrico de los internos y el núcleo del reactor. El núcleo del reactor se ha modelado considerándolo como un medio poroso con la forma poligonal característica del núcleo. Ente la pared de la vasija y el núcleo se ubica el separador, que se representa como un medio sólido y que se encarga de separar los caminos de mezcla del refrigerante. En la figura 1 se muestra un esquema del modelo geométrico de la vasija del reactor.

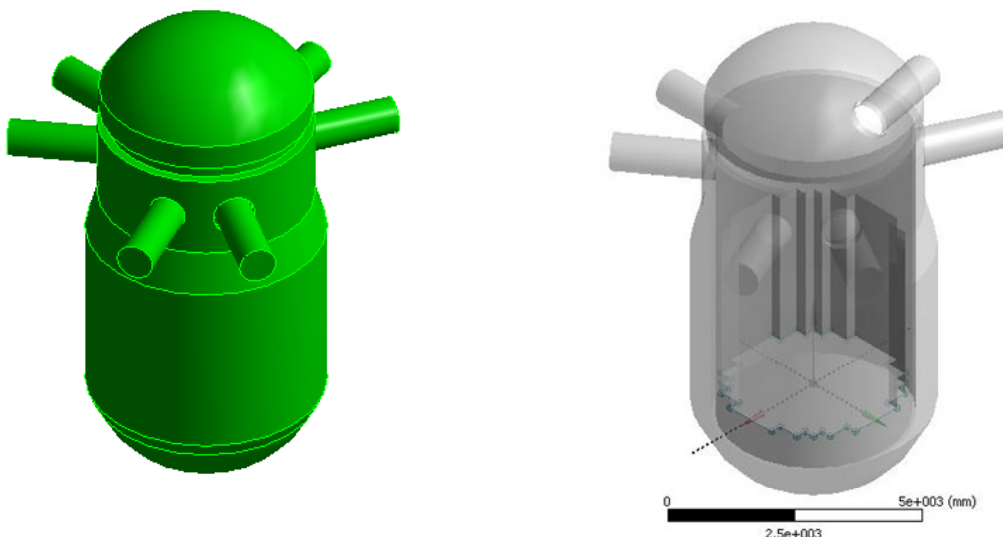


Figura 1: Reactor PWR. Diseño geométrico.

El código de de CFD utilizado para el análisis ha sido ANSYS CFX-v12. Para el cálculo numérico se ha desarrollado una malla no estructurada compuesta por elementos tetraédricos. Concretamente, la malla de la vasija se compone de 1068331 elementos, el barrilete del *downcomer* está compuesto por 308487 elementos tetraédricos y finalmente, la malla del núcleo está formada por 79894. En la figura 2 se muestra el detalle de las mallas generadas.

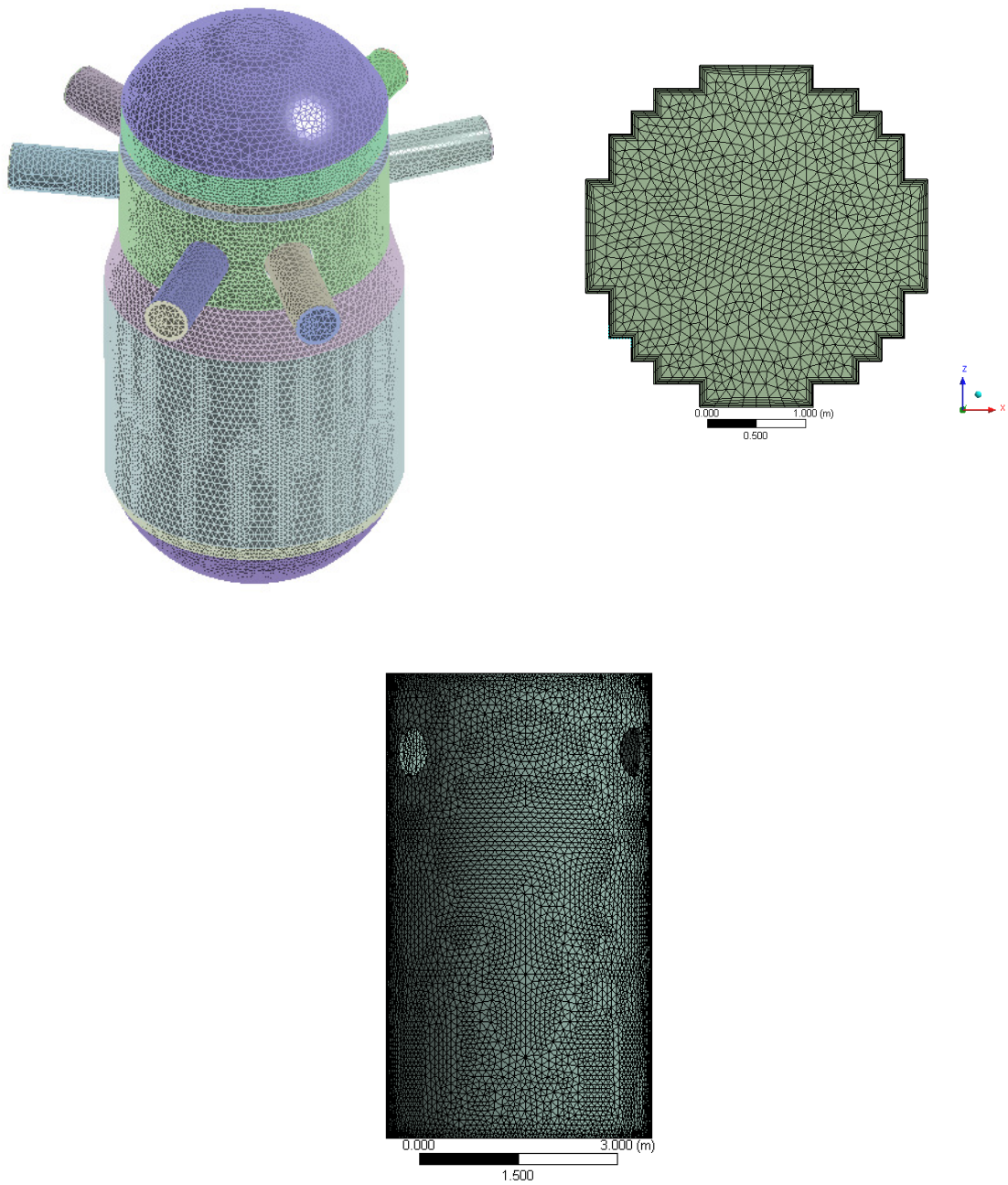


Figura 2: Reactor PWR. Detalles de la malla. Izq. Vasija; Dcha. Núcleo; Abajo Barrilete.

2.2. Condiciones de contorno y selección de modelos

La simulación con el código CFD comprende la vasija del reactor, el aislamiento térmico (barrilete) y el núcleo del reactor. La vasija del reactor se ha considerado como dominio fluido, mientras que el separador como dominio sólido y el núcleo del reactor como un medio poroso.

Las condiciones de contorno de entrada establecidas son caudal másico de entrada de refrigerante de 5203 kg/s en cada uno de los 3 lazos a una temperatura de 569 K. En las toberas de salida del fluido se ha impuesto también un caudal másico de salida de 5203 kg/s. En este caso no se ha considerado la recirculación de refrigerante por la parte superior de la vasija, de ahí que se imponga el mismo caudal másico de salida. La presión de trabajo impuesta es de 15.5 MPa. Las paredes de la vasija del reactor y las tuberías se han asignado como paredes adiabáticas.

Como existen diferencias significativas en la densidad del fluido con las condiciones de operación del reactor, se ha incluido en el modelo el efecto del empuje (*buoyancy forces*). En el modelo se incluye la transferencia de energía y se ha seleccionado el modelo de turbulencia de dos ecuaciones RANS k- ϵ (*Reynolds Averaged Navier Stokes*).

El núcleo del reactor se ha considerado como medio poroso. La transferencia de calor del núcleo se ha asignado como una fuente volumétrica ubicada en el centro del núcleo.

La simulación se ha ejecutado para un estado estacionario con el reactor trabajando a plena potencia de 3010 MW. La simulación finaliza cuando los cálculos numéricos cumplen el criterio de convergencia de los valores residuales cuadráticos promediados (RMS) de 10^{-4} . El tiempo de paso asignado es de 0.05 s.

En la figura 3 se muestran las condiciones de contorno impuestas. Debido a que existen tres tipos de dominio diferentes (sólido, fluido y medio poroso), se ha requerido incluir interfaces de contacto entre las superficies de los diferentes dominios.

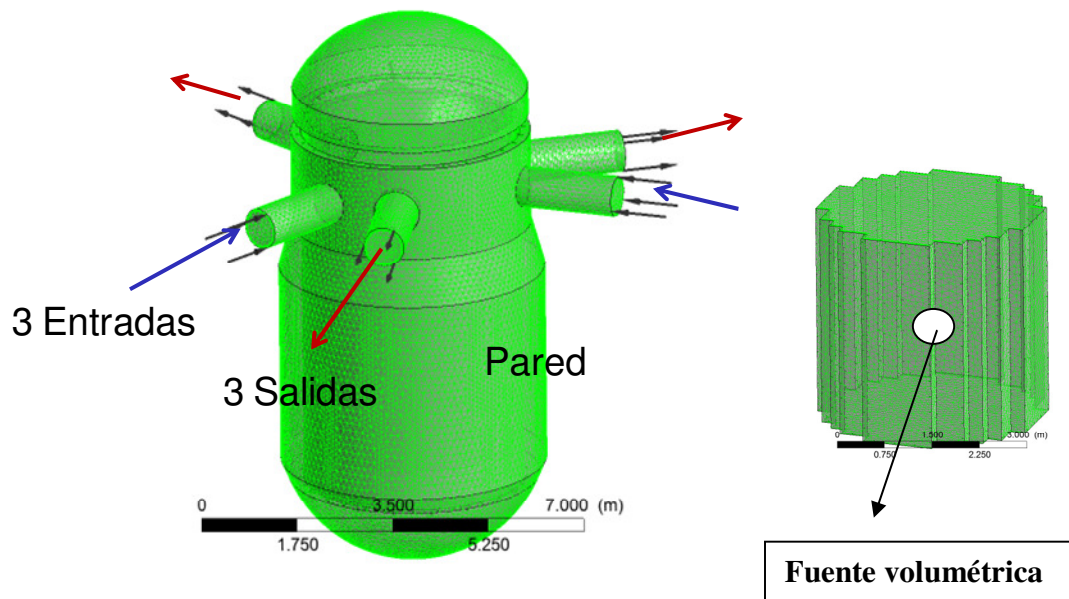


Figura 3: Reactor PWR. Condiciones de contorno.

3. RESULTADOS Y DISCUSIÓN

Este trabajo constituye una primera aproximación en el desarrollo de un modelo con el código de CFD ANSYS-CFX para simular el reactor nuclear PWR especificado.

La validación del modelo de CFD implica que el modelo reproduce las condiciones del sistema medidas en estado estacionario con unos márgenes aceptables. En este momento no disponemos de los resultados experimentales, por lo que, en este trabajo se han representado solamente los resultados obtenidos del modelo.

El objetivo del trabajo es simular el calentamiento del refrigerante del reactor cuando el reactor trabaja a plena potencia. En las figuras siguientes se muestran distintas vistas con la distribución de temperatura en dirección axial y radial, tanto del fluido de la vasija del reactor, como de la distribución de temperatura en el núcleo.

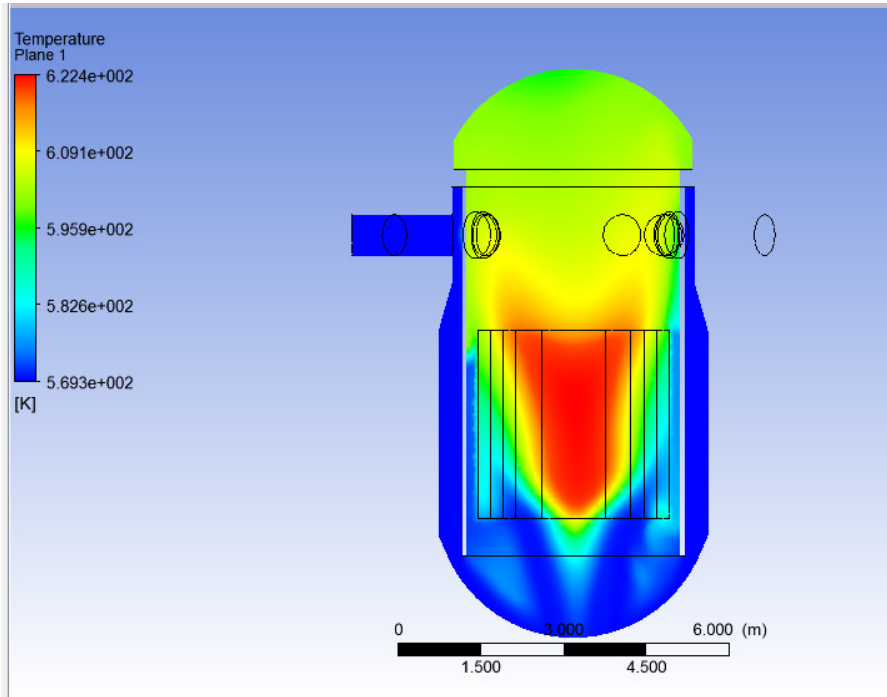


Figura 4: Reactor PWR. Distribución de temperatura en la dirección axial.

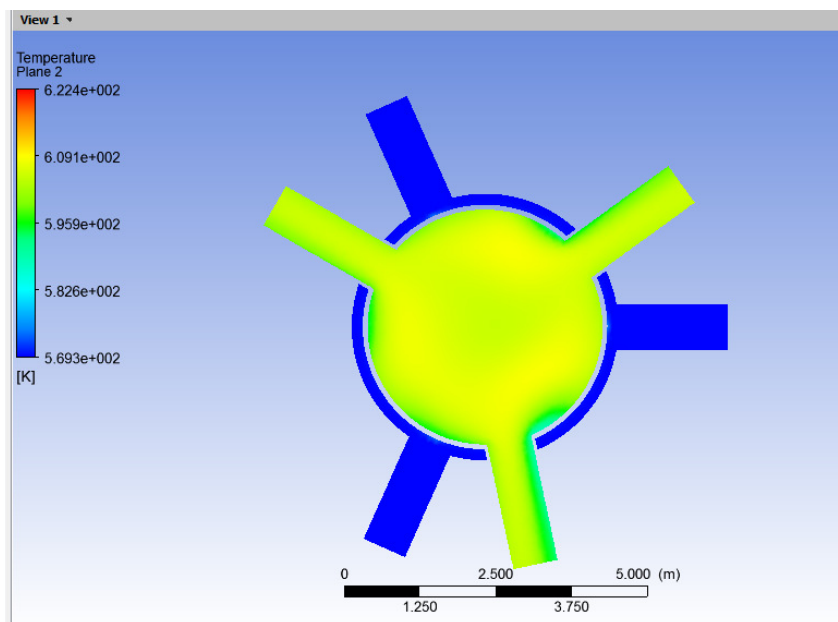


Figura 5: Reactor PWR. Distribución de temperatura en las entradas y salidas.

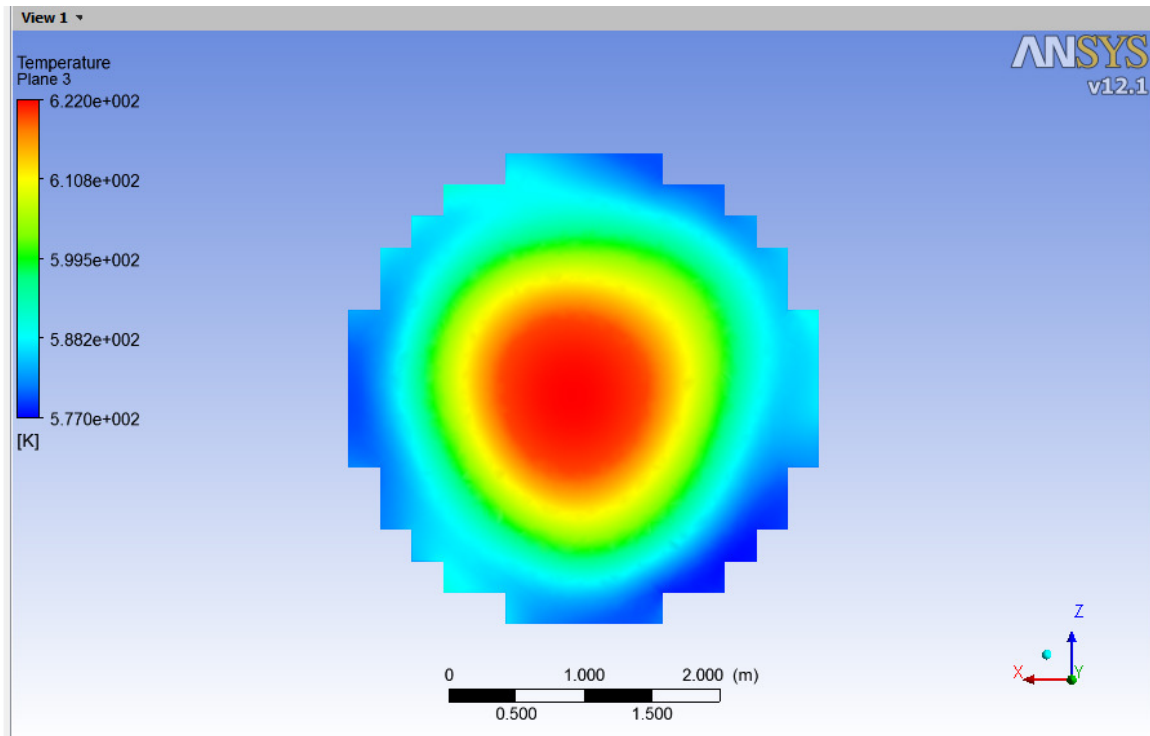


Figura 6: Reactor PWR. Distribución de temperatura en el núcleo.

Este trabajo constituye el primer estudio para la simulación del reactor PWR con el código de dinámica de fluidos computacional de propósito general ANSYS-CFX. En el mismo se han introducido simplificaciones geométricas en los detalles del núcleo del reactor. Además, la distribución de potencia establecida consiste en una fuente puntual para todo el núcleo. Estas simplificaciones hacen que el modelo sea aproximado. Sin embargo, sí que se observa el calentamiento del refrigerante del reactor y como a la salida del mismo existe un incremento de la temperatura del refrigerante, que pasa de una temperatura de entrada al reactor de 569 K a una temperatura de salida del refrigerante de 602 K aproximadamente.

En posteriores estudios se pretende mejorar la distribución de potencia en el núcleo del reactor incluyendo una distribución de potencia discretizada en todo el núcleo que siga una perfil senoidal en la dirección axial y que disminuya en la dirección radial. Además, se pretende validar los estudios de CFD con otros códigos termohidráulicos como RELAP5.

Además, en futuros estudios el trabajo se centrará en la influencia de las características de la malla y de los modelos de turbulencia en los resultados.

REFERENCIAS

1. T. Hönhe, E. Krepper and U. Rhode, “Application of CFD codes in Nuclear Reactor Safety Analysis” *Science and Technology of Nuclear Installations*.
2. ANSYS CFX Reference Guide. Release 12.1. ANSYS, Inc. (November 2009).
3. J. Mahaffy, B. Chung, F. Dubois, F. Drucos, E. Graffard, M. Heitsch, M. Henriksson, E. Komen, F. Moretti, T. Morii, P. Mühlbauer, U. Rodhe, M. Scheuerer, B.L. Smith, C. Song, T. Watanabe and G. Zigh, “Best Practice Guidelines for the use of CFD in Nuclear Reactor Safety Applications.” *Nuclear Energy Agency NEA/CSNI/R* (2007).